

**ОБОСНОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ
ХРАНЕНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА С ПОМОЩЬЮ
ПРОГРАММЫ MCNP, НА БАЗЕ МЕТОДА МОНТЕ-КАРЛО**

**JUSTIFICATION OF RADIATION SAFETY IN THE COURSE OF
NUCLEAR FUEL STORAGE BY MEANS OF THE MCNP
PROGRAM BASED ON THE MONTE CARLO METHOD**

Хороших А. А., Козлов А. В.¹

Уральский федеральный университет, г. Екатеринбург

¹АО «Институт реакторных материалов», г. Заречный
aakhoroshikh95@mail.ru

Khoroshikh A. A., Kozlov A. V.¹

Ural Federal University, Ekaterinburg

¹Institute of Reactor Materials, Zarechny

Аннотация: В работе изучалось практическое определение подкритичности пункта хранения ядерного топлива на АО «Институт Реакторных материалов» (далее-АО «ИРМ»). С помощью высокоточного программного средства MCNP, реализующего метод Монте-Карло, произведен расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов в пункте хранения ядерных материалов в «свежих» тепловыделяющих сборках для штатной и аварийной ситуации.

Abstract: Subcriticality practical determination of the nuclear fuel storage facility held in the Institute of Reactor Materials was studied in the work. By means of the MCNP high-precision software realizing the Monte Carlo method, calculation of effective fission factor ratio is performed studying the nuclear material storage facility in "fresh" fuel assemblies for regular situation and emergency situation.

Ключевые слова: метод Монте-Карло; тепловыделяющая сборка; пункт хранения ядерных материалов; эффективный коэффициент размножения нейтронов.

Key words: the Monte Carlo method; fuel assemblies; the nuclear material storage facility; effective fission factor ratio.

По мере развития атомной энергетики огромное внимание уделяется безопасности объектов использования атомной и обеспечивается максимальное снижение негативного воздействия на окружающую среду и здоровье человека.

Для качественной подготовки будущего персонала для ГК «Росатом» кафедра АС и ВИЭ, помимо теоретической подготовки студентов, также активно взаимодействует с предприятиями, отправляя студентов на стажировки и практики [1].

В развитии нетрадиционных источников энергии имеют ценность источники ионизирующего излучения (далее-ИИИ), такие как $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$, ^{239}Pu и др., которые могут быть использованы как для гражданской, так и оборонной промышленности.

Исходя из вышесказанного, цель работы – это обоснование безопасности хранения ядерного топлива на АО «ИРМ».

На АО «ИРМ» функционирует исследовательский ядерный реактор ИВВ-2М (далее – реактор), который является легководным бассейнового типа. Номинальная мощность реактора составляет 15МВт. Конструкция реактора ИВВ-2М показана на (рис. 1).

Реактор ИВВ-2М является многофункциональным – он может представлять собой гармоничный симбиоз реактора типа «2 в одном», а именно, исследовательский реактор, обеспечивающий научные и прикладные исследования в различных направлениях, и чисто коммерческий, для производства радиоизотопной продукции [2].

Нейтронно-физические расчеты эффективного коэффициента размножения нейтронов (далее – $K_{\text{эфф}}$) проведены с помощью программы MCNP, реализующей метод Монте-Карло для расчета переноса совокупности нейтронов, фотонов, электронов.

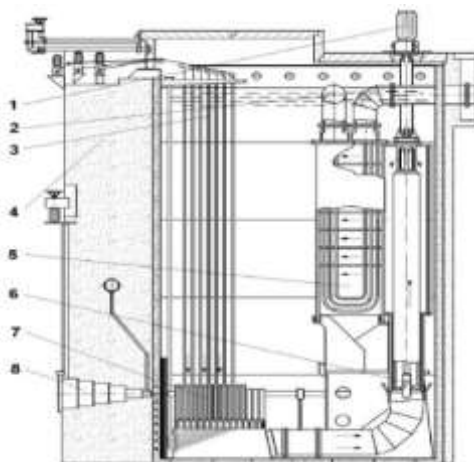


Рис. 1. Конструкция реактора ИВВ-2М (вертикальное сечение)

1 – электродвигатель насоса; 2 – трубопровод второго контура охлаждения; 3 – приводы стержней регулирования; 4 – бетонный массив; 5 – теплообменник; 6 – насос; 7 – активная зона; 8 – горизонтальный экспериментальный канал.

Согласно НРБ-99/2009, ОСПОРБ-99/2010, НП-061-05 коэффициент размножения систем, предназначенных для хранения ядерного топлива, не должен превышать 0,95 с учетом отклонения от условий нормальной эксплуатации, включая проектную аварию, которая в нашем случае подразумевает заполнение помещения пункта хранения ядерных материалов (далее – ПХ ЯМ) водой.

Хранение «свежих» тепловыделяющих сборок осуществляется в транспортных упаковочных комплектах (ТУКах) цилиндрической формы по 11 штук в каждом (рис. 2).

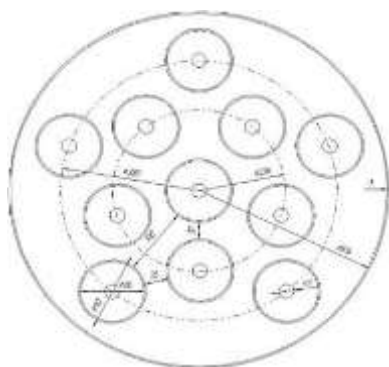


Рис. 2. Вид сверху транспортного упаковочного комплекта с 11 пенами под тепловыделяющие сборки

Для штатной и аварийной ситуации рассчитывался $K_{эфф}$ при плотностях воды 0,1–1 г/см³, что может быть вызвано разогревом воды в процессе протекания возникшей самоподдерживающейся

цепной реакции [3]. Данные $K_{эфф}$ для штатной и аварийной ситуации приведены в таблице.

Значение $K_{эфф}$ в ПХ ЯМ для штатной и аварийной ситуации

воздух	$K_{эфф}=0,0385 \Delta K/K$
вода $\rho=0,1 \text{ г/см}^3$	$K_{эфф}=0,3501 \Delta K/K$
вода $\rho=0,2 \text{ г/см}^3$	$K_{эфф}=0,4021 \Delta K/K$
вода $\rho=0,3 \text{ г/см}^3$	$K_{эфф}=0,5738 \Delta K/K$
вода $\rho=0,4 \text{ г/см}^3$	$K_{эфф}=0,6998 \Delta K/K$
вода $\rho=0,5 \text{ г/см}^3$	$K_{эфф}=0,7850 \Delta K/K$
вода $\rho=0,6 \text{ г/см}^3$	$K_{эфф}=0,8325 \Delta K/K$
вода $\rho=0,7 \text{ г/см}^3$	$K_{эфф}=0,8590 \Delta K/K$
вода $\rho=0,8 \text{ г/см}^3$	$K_{эфф}=0,8681 \Delta K/K$
вода $\rho=0,9 \text{ г/см}^3$	$K_{эфф}=0,8658 \Delta K/K$
вода $\rho=1 \text{ г/см}^3$	$K_{эфф}=0,8576 \Delta K/K$

По данным из таблицы построен график зависимостей расчетного $K_{эфф}$ нейтронов от различной плотности воды (рис. 3).

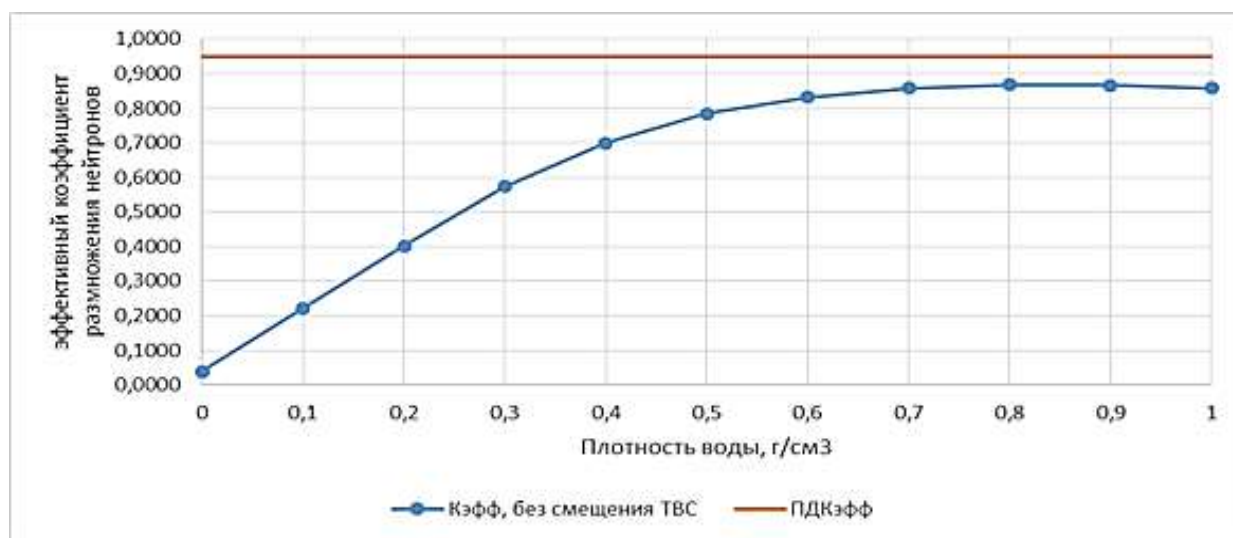


Рис. 3. График зависимости $K_{эфф}$ для штатной и аварийной ситуации

Полученные данные будут использованы для дальнейшего обоснования безопасности при хранении ТВС на АО «ИРМ».

Список использованных источников

1. Ташлыков О. Л., Щеклеин С. Е., Велькин В. И. Опыт разработки электронных образовательных ресурсов подготовки ремонтного персонала для атомных станций // Новые образовательные технологии в вузе: сборник

докладов Пятой Международной научно-методической конференции; в 2 частях. Екатеринбург : УрФУ, 2008. С. 366–372.

2. Козлов А. В. Нейтронно-физическое обеспечение экспериментов в исследовательском ядерном реакторе ИВВ-2М / А. В. Козлов, Е. Н. Селезнев // Черемшанские чтения: сборник докладов Международной школы-семинара по ядерным технологиям. г. Димитровград, 2012. С. 55–62.

3. Соколов В. М. Обоснование безопасности при эксплуатации пункта хранения ядерных материалов предприятия АО «ИРМ» / В. М. Соколов, С. Д. Морковкин. Заречный : АО «ИРМ», 2015. 54 с.

УДК 662.76

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПГУ-ВЦГ BUGGENUM

MODELING OF IGCC BUGGENUM

Худяков Д. С., Филиппов П. С., Левин Е. И.

Уральский федеральный университет, г. Екатеринбург,
danil.hudiakow@yandex.ru

Khudyakov D. S., Filippov P. S., Levin E. I.
Ural Federal University, Ekaterinburg

Аннотация: В работе рассмотрена схема парогазовой установки с внутрицикловой газификацией Buggenum. Выполнен анализ публикаций по данной ПГУ-ВЦГ. В программном пакете Aspen Plus V9 смоделирован узел газификации рассматриваемой станции.

Abstract: The paper considers the IGCC Buggenum. An analysis of the articles on this IGCC was carried out. In the software package Aspen plus v9, the gasification unit of the station under consideration is modeled.

Ключевые слова: ПГУ-ВЦГ; газификация твердого топлива; моделирование; синтез-газ.

Key words: IGCC; gasification of solid fuel; modeling; synthesis gas.